

李守巨,王荣成,杜洪泽,等.地震作用下核电站环行吊车动力响应特性的模拟分析[J].地震工程学报,2021,43(4):903-908.
DOI:10.3969/j.issn.1000-0844.2021.04.903
LI Shouju, WANG Rongcheng, DU Hongze, et al. Simulation analysis of dynamic response of polar cranes in nuclear power plants under seismic action[J]. China Earthquake Engineering Journal, 2021, 43(4): 903-908. DOI: 10.3969/j.issn.1000-0844.2021.04.903

地震作用下核电站环行吊车动力 响应特性的模拟分析

李守巨,王荣成,杜洪泽,王雨晴

(大连理工大学 工业装备结构分析国家重点实验室, 辽宁 大连 116024)

摘要:为评估地震作用下核电站环行吊车的动力响应特性,建立一个包含安全壳的简化核环吊有限元模型,数值模拟其在调幅的 El Centro 地震波作用下的受力特性,计算核环吊的固有频率特性,其中1阶固有频率为2.44 Hz。研究表明,在规范地震荷载作用下核环吊大梁的强度满足规范要求。在典型的三向 Los Angeles 地震动作作用下,大车轮子与环轨之间始终处于受压状态,没有发生跳轨现象;小车轮子与大车主梁之间始终处于受压状态,也没有发生跳轨现象。与安全壳基础输入地震波的峰值相比,核环吊大梁跨中和吊车小梁跨中最大垂直加速度分别增加了107%和126%。

关键词:核环吊;地震作用;动力响应;跳轨;固有频率

中图分类号: TU317.1

文献标志码: A

文章编号: 1000-0844(2021)04-0903-07

DOI:10.3969/j.issn.1000-0844.2021.04.903

Simulation analysis of dynamic response of polar cranes in nuclear power plants under seismic action

LI Shouju, WANG Rongcheng, DU Hongze, WANG Yuqing

(State Key Laboratory of Structural Analysis for Industrial Equipment,

Dalian University of Technology, Dalian 116024, Liaoning, China)

Abstract: To evaluate the dynamic response characteristics of polar cranes in nuclear power plants under earthquake, a simplified finite element model of polar crane with containment was established in this paper. Then the numerical simulation for seismic response of the model was carried out under the action of Los Angeles earthquake wave with adjusted amplitude. Natural frequencies of the polar crane were computed, and the first order frequency of polar crane fixed on containment wall is 2.44 Hz. The results showed that the strength of large girder of polar crane meets the standard requirement under seismic load of code. Under the action of typical three-directional Los Angeles earthquake, the gantry wheel and trolley wheel are always in compressive state, and there is no rail jump phenomenon. Compared with peak acceleration of input seismic wave on the base-

收稿日期: 2018-09-11

基金项目:国家重点基础研究发展计划“973”项目(2015CB057804);国家自然科学基金(11572079);工业装备结构分析国家重点实验室开放基金(S14206)

第一作者简介:李守巨(1960—),男,辽宁辽中人,博士,教授,主要从事岩石力学与混凝土结构研究。E-mail: lishouju@dlut.edu.cn。

ment of containment, the maximum vertical peak acceleration on mid-spans of large beam and small beam of polar crane increases by 107% and 126%, respectively.

Keywords: polar crane in nuclear power station; seismic action; dynamical response; derail; natural frequency

0 引言

核环吊位于反应堆厂房中,其全寿命周期可以分为三个工况,即核电厂安装工况、核电厂运行工况和地震工况。在核电厂安装期间,环吊用于反应堆厂房内蒸汽发生器和反应堆压力容器等重载设备和其他轻载设备的安装调试。核电厂运行期间,环吊用于停堆换料时反应堆压力容器顶盖和堆内构件等设备的装卸吊运以及其他设备的维修吊运。而在地震工况下,核电厂专用起重机设计准则(ETJ 801—93)^[1]要求环吊在最大操作负载加极限安全地震动引起的荷载下能保持负载不跌落,大车和小车应能保持在各自的轨道上,不碰撞建筑物,也不掉落零部件。文献[1]是针对二代核环吊提出的,随着我国对第三代核电技术的引进、吸收和发展,专用准则的某些规定已显不足。随着我国三代核电技术的自主化、国产化,核电结构及设备的抗震安全性能要求逐步提高。核电厂环行吊车作为核电厂特种设备,在地震作用下的动力承载特性和动力响应特性研究是保证结构安全性和足够地震安全裕度的重要内容。Chen 等^[2]数值分析了 AP1000 核岛在安全停堆地震作用下有无隔震装置的动力响应,通过建立三维有限元模型进行数值计算,生成加速度楼层反应谱,评估了基础隔震技术的有效性和可行性,为核电厂在全寿命周期的安全性、可靠性提供了有力保障。Huang 等^[3]研究了核电站建筑结构抗震安全性能评估问题。李忠献等^[4]以某千兆瓦级压水堆核电厂厂房结构为对象,研究了硬土地条件地基土动态剪切模量的变化对楼层反应谱计算的影响,定量分析了厂房结构楼层加速度反应谱对地基土动态参数变化的敏感性,为评估类似硬土地条件下核厂房结构的安全性提供了一种计算方法。Varpasuo^[5]采用 3D 有限元模型对反应堆厂房的楼层反应谱进行了分析。Paskalov 等^[6]对楼层反应谱的确定性和随机性问题进行了分析。Politopoulos 等^[7-8]就独立核岛的基础埋置深度对核电厂楼层反应谱特性的影响进行了评估,认为基础埋深效应对核电厂地震响应的影响是不可忽略的;同时对较高模态频率附近水平楼层反应谱的放大机制进行了研究,通过对核电厂模型的分析表明,在非隔离模式的垂直

激励与水平响应之间进行耦合时,这种放大状况表现显著。黄江德等^[9]在 AP1000 核电厂标准设计的基础上阐述了核电厂结构的地震时程分析及反应谱的拓宽和包络等过程,对于无法被规范设计谱包络的反应谱,给出了两种行之有效的优化方法:楼层反应谱峰值折减和地震加速度输入时程重新匹配,优化之后的结果可将楼层反应谱对管道和设备抗震设计的超越影响降到最低。Tuñón-Sanjur 等^[10]考虑土-结构相互作用效应 (SSI),利用 ANSYS 和 SASI 软件分别建立了三维有限元模型和集中质量杆模型对 AP1000 核岛的楼层反应谱特性进行研究,对比分析了不同地质条件下核岛结构不同标高的楼层反应谱,进而为核岛厂房结构地震安全性评估提供了理论依据。荣峰等^[11]采用直接法对二维土层-结构相互作用计算模型进行研究,分析厂房基础和各楼层在不同工况下的地震反应及楼层反应谱。Naohiro Nakamura 等^[12]运用非线性有限元软件对核电厂厂房的安全风险进行评估,并采用有限元计算模型考虑地基-结构的相互作用和地基的隆起效应,计算地震作用下安全壳的极限破坏强度,从剪切应变、轴向应力和应变能等方面预测了安全壳的失效模式,同时评估了竖向地震和基础隆起对结构地震响应的影响。T Kobayashi 等^[13]对台湾花莲的全尺度安全壳进行了地震响应的瞬态动力学分析,对应变相关的材料非线性和地基隆起产生的几何非线性都进行了详细研究,同时阐述了非线性地震动输入时程与等效线性地震动输入时程方法的优点。Yoshimura S 等^[14]对 2007 年 7 月新泻县地震下的柏崎刈羽核电厂 BWR5 进行了三维有限元地震响应分析,研究中采用全尺寸和精确 BWR 模型对比阐述了 BWR 模型与集中质量模型的特点。E Bielor 等^[15]分析了 SWR1000 型核电厂厂房在地震荷载作用下的动力响应,基于土壤能力的频率依赖性提出两种土壤模型,得到结构的时程响应结果。Králík J 等^[16]运用时间过程分析方法考虑地基土-结构相互作用效应,对核电厂厂房进行了地震响应极限分析,同时比较了 NASI 和 ANSYS 两种软件瞬态动力学的结果。

基于上述研究,本文拟以国内首台拥有完全自

主知识产权的三代核电技术的核电厂环形吊车为研究对象,采用有限元数值模拟方法,建立一个简化的核电厂安全壳与环形吊车的三维有限元模型,对核环吊结构进行静力学和动力学分析,评估地震荷载作用下核环吊大梁和小梁的强度安全性,并判断其在地震时是否会发生跳轨。

1 核电站环形吊车基本动力学特性模拟分析

本研究中核电站环形吊车安全壳与金属结构所用材料为 Q345 钢,其屈服极限 $\sigma_s=345$ MPa,杨氏模量 $E=206$ GPa,泊松比 $\nu=0.3$,材料密度 $\rho=7\,850\text{ kg}\cdot\text{m}^{-3}$ 。安全壳直径为 45 m,厚度取 60 mm,安全壳桶壳高度为 50 m;环吊轨道(以下简称环轨)直径 41 m,轨道标高 42 m。环吊主要由大车和小车组成,大车由两根主梁、两根端梁和支撑系统组成,小车由承载梁、车身和支撑系统组成(图 1)。图 1 中安全壳顶部圆壳未显示,安全壳局部未显示。大车主梁长度 40 m,两根主梁距离 10 m,主梁为变截面箱型梁,梁截面高度分别为 4 m 和 2 m,宽度为 2 m;小车承载梁为箱型梁,长度为 10 m,截面高度 2 m,宽度 1 m。环吊正常运行时的总重量为 700~800 t,其中小车重量为 150~200 t,大车重量为 500~600 t。有限元模拟时采用非结构质量属性调整模型以达到实际环吊正常运行状态的总重量。

如图 1 所示,安全壳和环轨选用四结点曲面薄壳 S4R 壳单元;主梁、大车支撑系统、端梁(平衡梁)、小车承载梁、车身和小车支撑系统等为两结点

空间线性 B31 梁单元。有限元模型单元总数为 5 260 个,各单元之间的节点耦合通过 Couple-Kin (即 Kinematic Coupling)实现。Couple-Kin 可以实现耦合点与参考点之间的刚体运动,可选择的约束有 6 个自由度,放开其中任意一个旋转自由度可实现两节点之间的铰接关系。模型中通过 Couple-Kin 设置的铰接有:大车支撑系统与环轨的耦合,小车支撑系统与主梁的耦合,小车车身内部的耦合等。采用 MPC-Beam 刚性梁单元实现各单元之间的刚性连接。模型中通过 MPC-Beam 设置的刚性连接有变截面主梁各段的连接、主梁与端梁的连接、大车支撑系统与主梁的连接、小车车身与支撑系统的连接等。

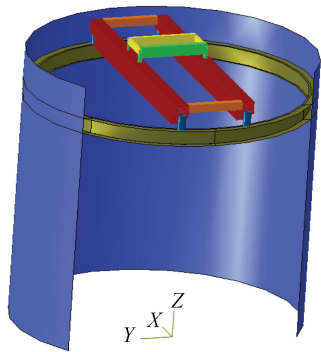


图 1 支撑在安全壳上的核环吊有限元模型
Fig.1 The finite element model of nuclear polar crane fixed on containment

对安全壳和环吊整体结构空载状态进行数值模态分析,提取前 10 阶模态,并将前 10 阶固有频率列于表 1。

表 1 安全壳与环吊整体结构前 10 阶固有频率

Table 1 The first ten natural frequencies for integral structure of containment and nuclear polar crane										
阶次	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10
频率/Hz	2.441	3.433	3.490	3.645	3.854	3.965	4.076	4.188	4.443	4.530

按照核电厂抗震设计规范(GB 50267—97)的相关规定^[17],以极限安全地震动(SL2)下焊接钢结构阻尼比作为核环吊结构的阻尼比,取阻尼比 $\xi=4\%$ 。瑞利阻尼通常取质量矩阵 $\mathbf{M}$ 和刚度矩阵 $\mathbf{K}$ 的线性组合:

$$\mathbf{C}=\alpha\mathbf{M}+\beta\mathbf{K}\tag{1}$$

式中: α 表示质量系数, β 表示刚度系数,可由下式求得

$$\alpha=2\xi\left(\frac{\omega_m\omega_n}{\omega_m+\omega_n}\right),\beta=\frac{2\xi}{\omega_m+\omega_n}\tag{2}$$

式中: ω_m 和 ω_n 分别为结构的第 m 和第 n 阶圆频率。

本文主要研究环吊的振动特性,故选取表 1 中第 1 阶与第 6 阶的固有频率计算瑞利阻尼中的质量系数 α 和刚度系数 β ,即 $f_1=2.441\text{ Hz}$, $f_6=3.965\text{ Hz}$ 。由 f_1 和 f_6 得到 ω_m 和 ω_n ,取阻尼比 $\zeta=4\%$,得出质量系数 $\alpha=0.759\,4$,刚度系数 $\beta=0.001\,988$ 。将计算得到的阻尼系数用于进一步的瞬态动力学分析。

如图 2 所示,环吊结构的 1 阶模态表现为主梁侧向弯曲,2 阶模态表现为主梁向上弯曲,3 阶模态表现为两根主梁分别向上、向下相对弯曲。前 3 阶振型中最大位移截面都发生在主梁跨中位置。

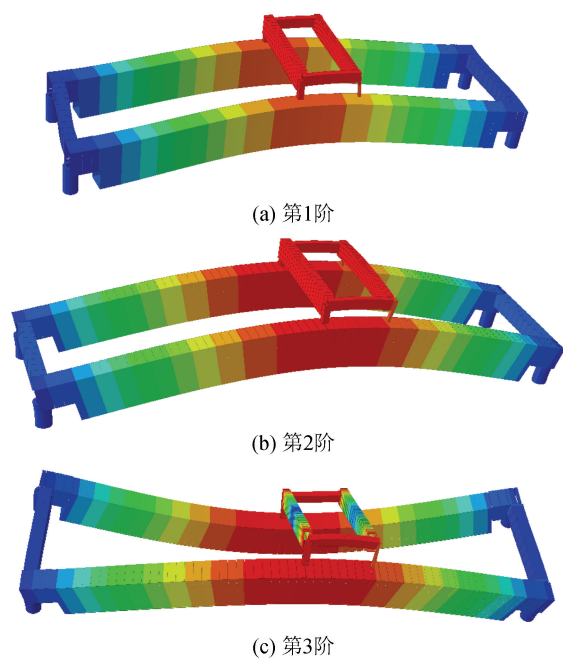


图 2 环吊结构前 3 阶模态

Fig.2 The first three modes of polar crane

2 地震作用下核电站环行吊车动力响应的模拟分析

在地震作用下,环吊结构动力承载性能的研究是评估结构安全性的重要内容。核电厂专用起重机设计准则(EJT 801—93)^[1]规定环吊结构应按抗震类设备进行设计,同时要求环吊在最大操作负载加极限安全地震动(SL2)引起的荷载下能保持负载不跌落,大车和小车能保持在各自的轨道上,不碰撞建筑物,也不掉落零部件。核电厂抗震设计规范(GB 50267—97)中提到 3 种方法计算核电厂设备的地震作用效应:等效静力法、反应谱法和时间过程法,本文采用时间过程法计算核环吊结构的地震响应特性。经过幅值调整后的 El Centro 水平地震波时程如图 3 所示。由于模拟计算是基于 SSE(安全停堆地震)工况进行的,SSE 的水平向峰值地面加速度 PGA 为 0.3g(g 为重力加速度,取 9.81 m/s^2)。

有限元计算得到的主梁跨中 Mises 应力响应时程曲线如图 4 所示,其中最大 Mises 应力为 127.93 MPa。

图 5 为 El Centro 地震波作用下主梁 Mises 应力分布。从图中能够明显看出主梁 4 个角点 Mises 应力的变化情况,得到最大应力位置和最不利应力状态。

对于主梁跨中截面的加速度响应,提取主梁跨中节点垂直方向的加速度时程数据于图 6。从图 6

可以发现垂直方向的加速度在前 15 s 内变化较为剧烈,其加速度峰值为 $1.68 \text{ m} \cdot \text{s}^{-2}$,是地表输入地震波垂直加速度峰值的 86%。

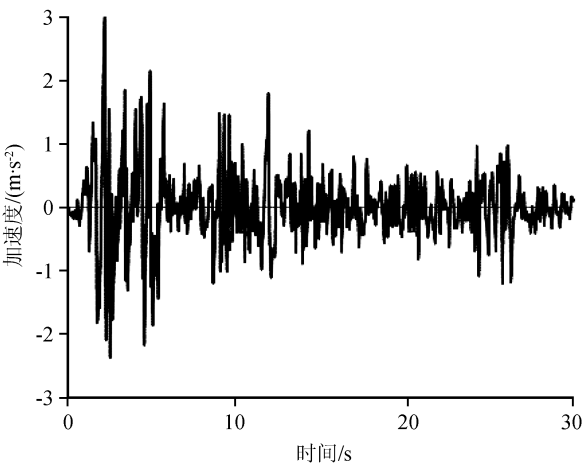


图 3 经过幅值处理后的 El Centro 水平地震波时程曲线

Fig.3 Time-history of El Centro horizontal earthquake wave with adjusted amplitude

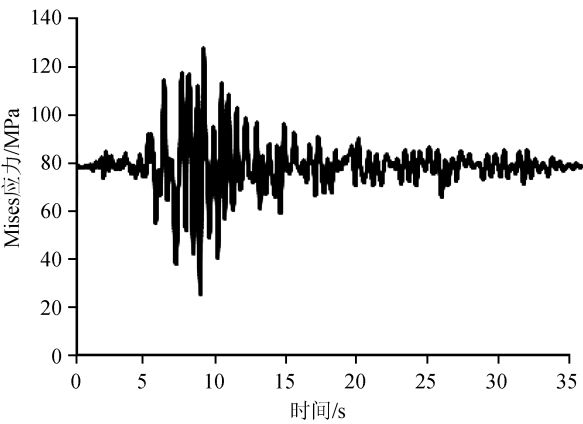


图 4 El Centro 地震波作用下核环吊模型跨中的 Mises 应力-时间曲线

Fig.4 Mises stress-time curve of the midspan of nuclear polar crane model under El Centro wave

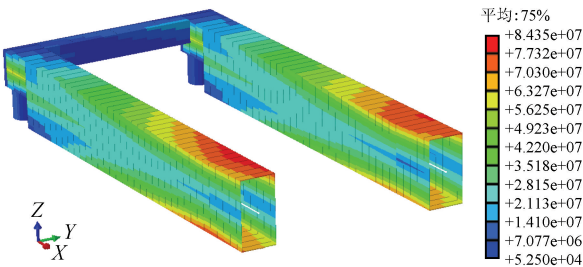


图 5 El Centro 地震波作用下主梁 Mises 应力分布

Fig.5 Mises stress distribution of the main beam under El Centro seismic wave

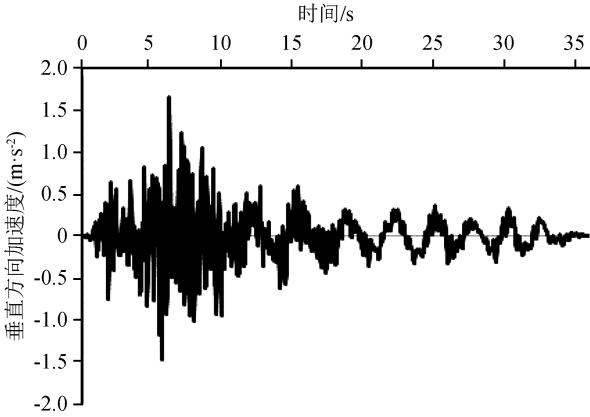


图 6 El Centro 地震波作用下核环吊桥架模型跨中的垂直方向加速度-时间曲线

Fig.6 Vertical acceleration-time curve of the midspan of nuclear polar model under El Centro seismic wave

3 地震作用下大车和小车是否跳轨的评估分析

地震工况下,核电厂专用起重机设计准则(EJ/T 801—93)要求其在最大操作负载加极限安全地震动 SL2 引起的荷载下能保持负载不跌落,大车和小车应能保持在各自的轨道上,不碰撞建筑物,也不掉落零部件。所以地震作用下大车、小车是否发生跳轨对环吊的设计单位和核电厂运营单位非常重要。

图 7 为环吊支撑结构示意图。由图 7 可知,大车 4 个支撑结构为环形截面梁,小车 2 个前支撑为箱型梁,2 个后支撑为矩形截面梁。

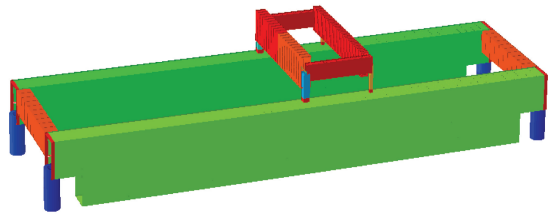


图 7 环吊支撑结构

Fig.7 Support structures of polar crane

以 Los Angeles 地震动作用下核环吊的地震响应为例,提取大车支撑结构的轴力时程变化曲线于图 8。在该地震动作用下,大车 4 个支撑结构的轴力时程基本一致。从图中可以发现,0 时刻时大车支撑的轴力为 2 556.8 kN;整个地震动持时中,最大轴力为 3 698.48 kN,最小轴力为 1 472.45 kN,轴力均值为 25 563.75 kN。

图 9 为小车前支撑结构的轴力时程。在 Los Angeles 地震动作用下,小车 2 个前支撑结构的轴力时程是一致的。从图 9 中可以发现,0 时刻时小

车前支撑的轴力为 1 991.08 kN;整个地震动持时中,最大轴力为 5 852.13 kN,最小轴力为 1 071.35 kN,轴力均值为 1 990.59 kN。

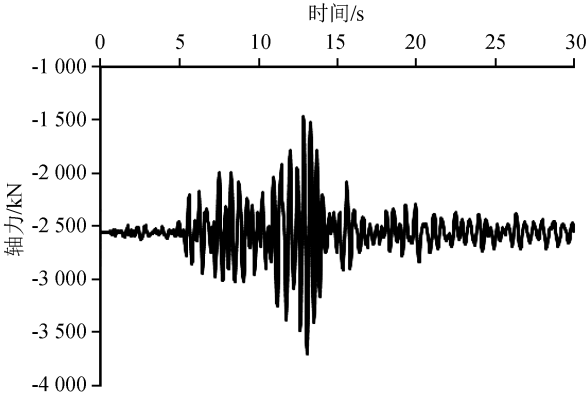


图 8 大车支撑结构轴力时程曲线

Fig.8 Axial force time-history curve of the gantry's support structure

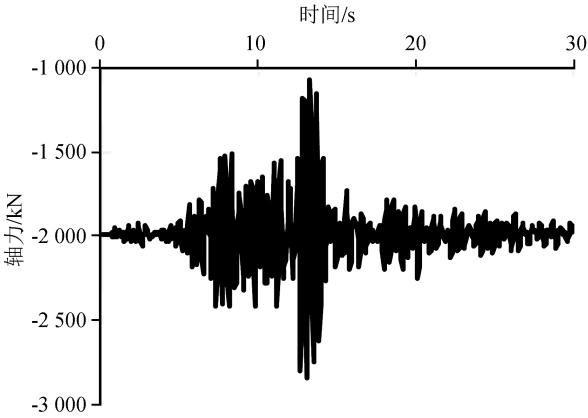


图 9 小车前支撑结构轴力时程曲线

Fig.9 Axial force time-history curve of the trolley's front support structure

图 10 是环吊小车后支撑结构的轴力时程。由图 9、10 可知,小车前、后支撑的轴力时程变化基本一致。0 时刻时小车后支撑的轴力为 415.23 kN;整个地震动持时中,最大轴力为 577 kN,最小轴力为 249.44 kN,轴力均值为 415.2 kN。

从图 8~10 的对比来看,大车与小车支撑结构的轴力 0 时刻值与环吊结构在自重作用下产生的轴力是一致的。大车支撑的轴力均值较大,小车后支撑的轴力均值较小。小车前支撑主要承担吊重荷载,后支撑主要承担小车本身的自重荷载。从 3 个轴力时程变化来看,大车与小车的轴力始终为压力,没有出现受拉的情况,所以在 Los Angeles 地震动作用下核环吊大车与小车均未发生跳轨现象。

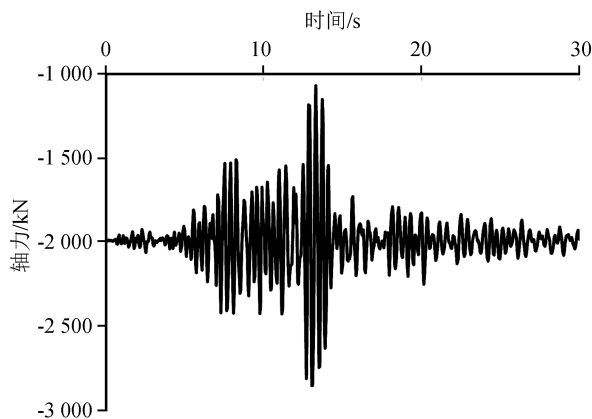


图 10 小车后支撑结构轴力时程曲线

Fig.10 The axial force time-history curve of the trolley's rear support structure

4 结论

(1) 在调幅后的三向 Los Angeles 地震动作用下,大车主梁的最大应力满足规范要求;大车的最大应力响应发生在主梁跨中位置,得到的最大 Mises 应力 = 156.75 MPa < $[\sigma]$ = 310.5 MPa。小车的最大应力响应发生在承载梁跨中位置,在 Los Angeles 地震动作用下得到其最大 Mises 应力 = 229.90 MPa < $[\sigma]$ = 310.5 MPa,小车主梁满足要求。

(2) 在调幅后的三向 Los Angeles 地震动作用下,大车轮子与环轨之间始终处于受压状态,没有发生跳轨现象;小车轮子与大车主梁之间始终处于受压状态,也没有发生跳轨现象。

(3) 在静载条件下,环吊主梁的最大挠度为 32.41 mm,满足核电厂专用起重机设计准则(EJT 801—93)的要求;环吊主梁的最大应力为 71.11 MPa,满足起重机设计规范(GB/T 3811—2008)^[18]的要求。

(4) 与安全壳基础输入地震波的峰值相比,核环吊大梁跨中最大垂直加速度增加了 107%,吊车小梁跨中最大垂直加速度增加了 126%。

值得注意的是论文中没有考虑核支撑环吊的安全壳与地基的相互作用。核电厂抗震设计规范规定,只有结构基础底面平均剪切波速大于 1 100 m/s 的地基才可以忽略地基与结构的相互影响作用,因此在给定地质参数的硬土地基上建设核电站还需要考虑地基与安全壳之间的相互作用。

参考文献(References)

[1] 核电厂专用起重机设计准则:EJ/T 801—93[S].北京:中国核

工业总公司,1994.

- [2] CHEN J Y, ZHAO C F, XU Q, et al. Seismic analysis and evaluation of the base isolation system in AP1000 NI under SSE loading[J]. Nuclear Engineering and Design, 2014, 278: 117-133.
- [3] HUANG Y N, WHITTAKER A S, LUCO N. Seismic performance assessment of base-isolated safety-related nuclear structures[J]. Earthquake Engineering & Structural Dynamics, 2010, 39(13): 1421-1442.
- [4] 李忠献, 李忠诚, 沈望霞. 核反应堆厂房结构楼层反应谱的敏感性分析[J]. 核动力工程, 2005, 26(1): 44-50.
LI Zhongxian, LI Zhongcheng, SHEN Wangxia. Sensitivity analysis for floor response spectra of nuclear reactor buildings[J]. Nuclear Power Engineering, 2005, 26(1): 44-50.
- [5] VARPASUO P. The Development of the floor response spectra using large 3D model[J]. Nuclear Engineering and Design, 1999, 192(2): 229-241.
- [6] PASKALOV A, REESE S. Deterministic and probabilistic floor response spectra[J]. Soil Dynamics and Earthquake Engineering, 2003, 23(7): 605-618.
- [7] POLITOPOULOS I, SERGIS I, WANG F. Floor response spectra of a partially embedded seismically isolated nuclear plant[J]. Soil Dynamics and Earthquake Engineering, 2015, 78: 213-217.
- [8] POLITOPOULOS I, MOUSSALLAM N. Horizontal floor response spectra of base-isolated buildings due to vertical excitation[J]. Earthquake Engineering & Structural Dynamics, 2012, 41(3): 587-592.
- [9] 黄江德, 褚濂, 袁芳. AP1000 核岛地震时程分析及楼面反应谱优化[J]. 核电工程与技术, 2013(1): 47-50, 61.
HUANG Jiangde, CHU Meng, YUAN Fang. Seismic time-history analysis for AP1000 nuclear island and FRS optimization[J]. Nuclear Power Engineering and Technology, 2013(1): 47-50, 61.
- [10] TUÑÓN-SANJUR L, ORR R S, TINIC S, et al. Finite element modeling of the AP1000 nuclear island for seismic analyses at generic soil and rock sites[J]. Nuclear Engineering and Design, 2007, 237(12-13): 1474-1485.
- [11] 荣峰, 汪嘉春, 何树延, 等. CARR 堆反应堆厂房土壤-结构相互作用与楼层反应谱分析[J]. 核动力工程, 2006, 27(5): 19-23.
RONG Feng, WANG Jiachun, HE Shuyan, et al. Analysis of soil-structure interaction and floor response spectrum of reactor building for China Advanced Research Reactor[J]. Nuclear Power Engineering, 2006, 27(5): 19-23.
- [12] NAKAMURA N, AKITA S, SUZUKI T, et al. Study of ultimate seismic response and fragility evaluation of nuclear power building using nonlinear three-dimensional finite element model[J]. Nuclear Engineering and Design, 2010, 240(1): 166-180.
- [13] KOBAYASHI T, YOSHIKAWA K, TAKAOKA E, et al. Time history nonlinear earthquake response analysis considering materials and geometrical nonlinearity[J]. Nuclear Engineering and Design, 2002, 212(1): 145-154.

(下转第 929 页)

crete Members and Its Effects on Bearing Capacity [D]. Shanghai: Shanghai Jiaotong University, 2008: 10-19.

[12] 王小惠. 锈蚀钢筋混凝土梁的承载能力[D]. 上海: 上海交通大学, 2004: 29-70.

WANG Xiaohui. Load capacity of the corroded RC beams [D]. Shanghai: Shanghai Jiaotong University, 2004: 29-70.

[13] 滕智明, 邹离湘. 反复荷载下钢筋混凝土构件的非线性有限元分析[J]. 土木工程学报, 1996(2): 19-27.

TENG Zhiming, ZOU Lixaing. Nonlinear finite element analysis of reinforced concrete member under repeated cyclic loading [J]. China Civil Engineering Journal, 1996(2): 19-27.

[14] 郑山锁, 董立国, 左河山, 等. 人工气候环境下锈蚀 RC 框架柱抗震性能试验研究[J]. 建筑结构学报, 2018, 39(4): 28-36.

ZHENG Shansuo, DONG Liguu, ZUO Heshan, et al. Experimental investigation on seismic behaviors of corroded RC frame columns in artificial climate [J]. Journal of Building Structures, 2018, 39(4): 28-36.

[15] 关永莹. 酸雨环境侵蚀下箍筋约束混凝土本构关系试验研究 [D]. 西安: 西安建筑科技大学, 2014: 55-62.

GUAN Yongying. The constitutive relation of stirrup-confined concrete experiment research under acid rain environment erosion [D]. Xi'an: Xi'an University of Architecture and Technology, 2014: 55-62.

[16] VIDAL T, CASTEL A, FRANÇOIS R. Analyzing crack width to predict corrosion in reinforced concrete [J]. Cement and Concrete Research, 2004, 34(1): 165-174.

[17] BHARGAVA K, GHOSH A K, MORI Y, et al. Corrosion-induced bond strength degradation in reinforced concrete—analytical and empirical models [J]. Nuclear Engineering and Design, 2007, 237(11): 1140-1157.

[18] MITROPOULOU C C, LAGAROS N D, PAPADRAKAKIS M. Life-cycle cost assessment of optimally designed reinforced concrete buildings under seismic actions [J]. Reliability Engineering & System Safety, 2011, 96(10): 1311-1331.

[19] 章萍. 反复荷载下钢筋与高性能混凝土黏结本构关系的试验研究 [D]. 上海: 同济大学, 2003: 60-90.

ZHANG Ping. Experimental study on bond constitutive relation between reinforcement bar and high performance concrete under cyclic loading [D]. Shanghai: Tongji University, 2003: 60-90.

(上接第 908 页)

[14] YOSHIMURA S, KOBAYASHI K, AKIBA H, et al. Seismic-response analysis of full-scale boiling water reactor using three-dimensional finite element method [J]. Journal of Nuclear Science and Technology, 2015, 52(4): 546-567.

[15] BIELOR E, BRETTTSCHUH W, KRUTZIK N J, et al. Dynamic characteristics and structural response of the SWR 1000 under earthquake loading conditions [J]. Nuclear Engineering and Design, 2001, 207(1): 77-93.

[16] KRÁLIK J, ŠIMONOVIČ M. Earthquake response analysis of nuclear power plant buildings with soil-structural interaction [J]. Mathematics and Computers in Simulation, 1999, 50(1-4): 227-236.

[17] 核电厂抗震设计规范: GB 50267—97 [S]. 北京: 中国计划出版社, 1998.

Code for seismic design of nuclear power plants: GB 50267—97 [S]. Beijing: China Planning Press, 1998.

[18] 起重机设计规范: GB/T 3811—2008 [S]. 北京: 中国标准出版社, 2008.

Design rules for cranes: GB/T 3811—2008 [S]. Beijing: Standards Press of China, 2008.